

ENEA

Ente per le Nuove tecnologie,
l'Energia e l'Ambiente

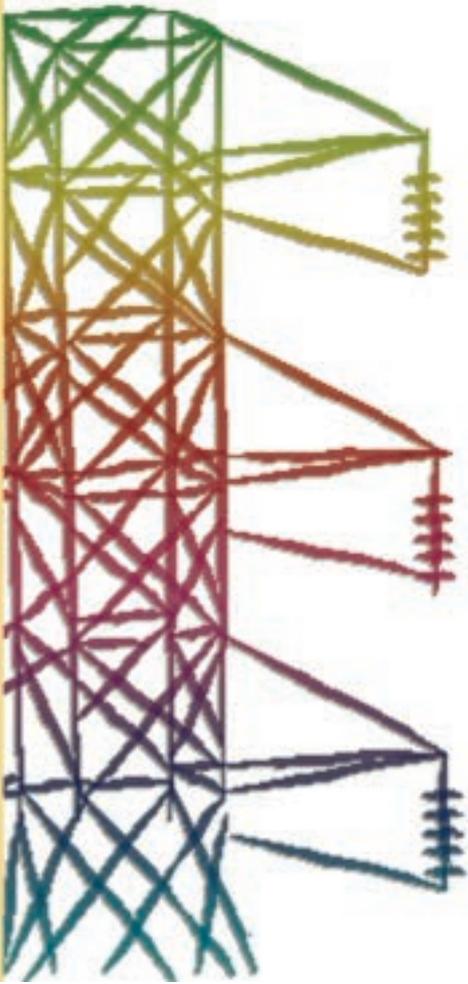


Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA SISTEMA ELETTRICO

Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per interfaccia core-riflettore VHTR

Nunzio Burgio



Report RSE/2009/90



Ente per le Nuove tecnologie,
l'Energia e l'Ambiente



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA SISTEMA ELETTRICO

Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per
interfaccia core-riflettore VHTR

Nunzio Burgio

SIMULAZIONI NEUTRONICHE E PROGETTAZIONE SET-UP TAPIRO PER INTERFACCIA CORE-
RIFLETTTORE VHTR

Nunzio Burgio (ENEA)

Dicembre 2008

Report Ricerca Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	FPN- P9LU - 022	0	L	2	32

Sommario

Sommario

1. Introduzione

2. TAPIRO reattore nucleare veloce da ricerca

3. Modello Monte Carlo del reattore Tapiro

3.1. Costruzione Geometria, Definizione Materiali, Analisi di criticità.

3.2. Modello ridotto per calcoli nel vano colonna termica

4. Dimensionamento dei componenti Neutronici per le misure

4.1. Criteri per la transizione verso lo spettro HTGR

4.2. Dimensionamento delle scatole di Grafite (HTGR Termico) e stima dello spettro alle interfaccia U/Grafite, Fe/Grafite, Vuoto/Grafite.

4.3. Stime di attivazione di foglioline metalliche

4.4. Unfolding dello spettro neutronico al centro delle sezioni di prova di Fe e U mediante i dati simulati di attivazione.

5. Progettazione del sistema di irraggiamento

6. Conclusioni

7. Riferimenti Bibliografici

1. - Introduzione

I sistemi High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) sono dei buoni candidati per la nuova generazione (Generation 4) di reattori nucleari di potenza. Fra i le varie soluzioni prospettate negli studi che si sono tenuti a livello mondiale si è arrivati allo costruzione di due prototipi il giapponese HTTR [1] che è un reattore di tipo prismatico ed il cinese HTR-10 [2] che invece è basato sul concetto di letto mobile.

Tutti e due i prototipi [3] sono caratterizzati dal raffreddamento a gas (Elio), dalla moderazione dei neutroni di fissione mediante grafite e dal combustibile disperso in microparticelle incapsulate in vari gusci sferici concentrici costituiti da strati di carbone pirolitico, grafite e Carburo di Silicio. La forma finale degli elementi di combustibile è sferica. Il nocciolo è quindi costituito da un impaccamento più o meno compatto di tali sfere in cui il gas di raffreddamento scorre tra gli interstizi. Tali sistemi sono pensati per lavorare in regimi di temperatura tali che, oltre alla produzione di energia elettrica, permettono di alimentare processi chimici ad alte quali quelli di produzione di idrogeno[1].

La sicurezza passiva e la bassa capacità proliferante, caratteristiche comuni a tutte le soluzioni studiate per la Quarta Generazione [4] , dovrebbero essere assicurate dalle caratteristiche del combustibile, costituito da microsfele disperse in matrice di grafite a bassa densità. che garantiscono il contenimento dei prodotti di fissione fino a valori dell'ordine di 1600°C e dall'impraticabilità della sua separazione.

Il concetto HTGR consente una grande flessibilità del tipo di combustibile. Oltre alla catena dell'uranio, esso può essere infatti ben utilizzato da quella del torio rd in cicli combinati [5,6].

A fronte di questi innegabili vantaggi esistono però dei problemi di progettazione ben evidenziati anche nei passati studi del V e VI Programma Quadro. Il grado di elevata eterogeneità dei sistemi HTGR mette a dura prova i codici analitici [3] , tanto che parte dell'analisi preliminare è stata effettuata con codici Monte Carlo e sulla base dei risultati preliminari forniti si è potuto preparare dei modelli analitici. Il confronto dei risultati dei codici con i dati di esercizio dei prototipi HTTR e HTR-10 fornisce un risultato globalmente soddisfacente. Rimane però ancora un margine di incertezza, derivante dalla difficile quantificazione di alcuni parametri degli impianti prototipici, che rende difficile la progettazione dettagliata di nuovi sistemi [vedi ancora 3].

Questo scenario fornisce quindi la motivazione per progettare delle esperienze di irraggiamento semplici, dove non si presentano gradi di incertezza sperimentale inevitabilmente introdotti nella costruzione di prototipi fisici completi, e dove si possano misurare in maniera accurata le caratteristiche spettrali dei flussi neutronici che si originano nelle eterogeneità dei materiali dei sistemi HTGR.

Oggetto del seguente rapporto sono i risultati di simulazione Monte Carlo che sono stati effettuate con il codice MCNPX [7] sul vano colonna termica del Reattore TAPIRO del C.R. Casaccia per riprodurre i flussi neutronici rappresentativi di due delle possibili condizioni spettrali [8] che ci si aspetta in un reattore HTGR durante il trasporto dei neutroni attraverso U, Grafite e Ferro. A partire dai dati ottenuti sono state dimensionate delle sezioni di prova che verranno irraggiate nel vano colonna termica di Tapiro su cui verranno ricostruiti gli spettri neutronici mediante tecniche di attivazione di fogli metallici ed unfolding [9-11]. Tali esperienze potranno essere impiegate per preparare dei benchmark atti alla validazione dei metodi di calcolo e delle librerie da adottare per lo studio dei suddetti reattori. Le azioni generali che sono state portate avanti in tale attività sono:

- Definizione e implementazione di un modello di trasporto semplificato del reattore Tapiro.
- Selezione degli estimatori di flusso e distribuzione energetiche dei neutroni all'interfaccia grafite/uranio, uranio/ferro, grafite/ferro. Eventuale impiego di Tecniche di riduzione di Varianza.
- Definizione degli spessori di grafite “nuclear grade” necessari alla transizione dallo spettro veloce di Tapiro a quello termico/epitermico caratteristico dei reattori VHTGR.
- Definizione delle dimensioni ottimali di U naturale e Fe su cui eseguire l'esperienza.
- Stima degli spettri neutronici all'interfaccia mediante simulazione dell'attivazione di foglie di oro, molibdeno, alluminio e nickel e successivo unfolding.
- Determinazione delle posizioni di misura ottimali.
- Progettazione del sistema di irraggiamento.

2. - TAPIRO reattore nucleare veloce da ricerca

Il reattore TAPIRO (figura 1), situato nel Centro Ricerche della Casaccia presso Roma, è una “facility” di irraggiamento caratterizzata da uno spettro a neutroni veloci. Sin dal 1971, TAPIRO è stato impiegato per esperimenti di dimensionamento degli schermaggi di reattori veloci, test di resistenza a radiazioni di componenti elettronici, e studi sugli effetti biologici dei neutroni veloci. Le dimensioni del reattore e le sue caratteristiche schematiche sono riportate nelle figure 2 e 3. La sua potenza nominale è di 5 kW termici e il flusso neutronico al centro del nocciolo è di $4 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Il nocciolo è costituito da un cilindro (diametro 12.58 cm, altezza 10.87 cm) di una lega Uranio-Molibdeno (1.5% Mo, 98.5 U) arricchita al 93.5% in ^{235}U . Il sistema del nocciolo è avvolto in un riflettore cilindrico di rame, di 72 cm di altezza, diviso in due zone concentriche: quella interna di 17.4 cm di raggio e quella esterna di 40.0 cm di raggio che dispone di un settore mobile in coincidenza della colonna termica. Il reattore è circondato da uno schermo di calcestruzzo borato di 170 cm di spessore. Il vano colonna termica (fig. 2) ha un volume utile di $115 \times 116 \times 161 \text{ cm}^3$ dove l'ultima dimensione rappresenta la distanza dalla superficie del riflettore esterno.



Figura 1: Il reattore TAPIRO del CR ENEA Casaccia.

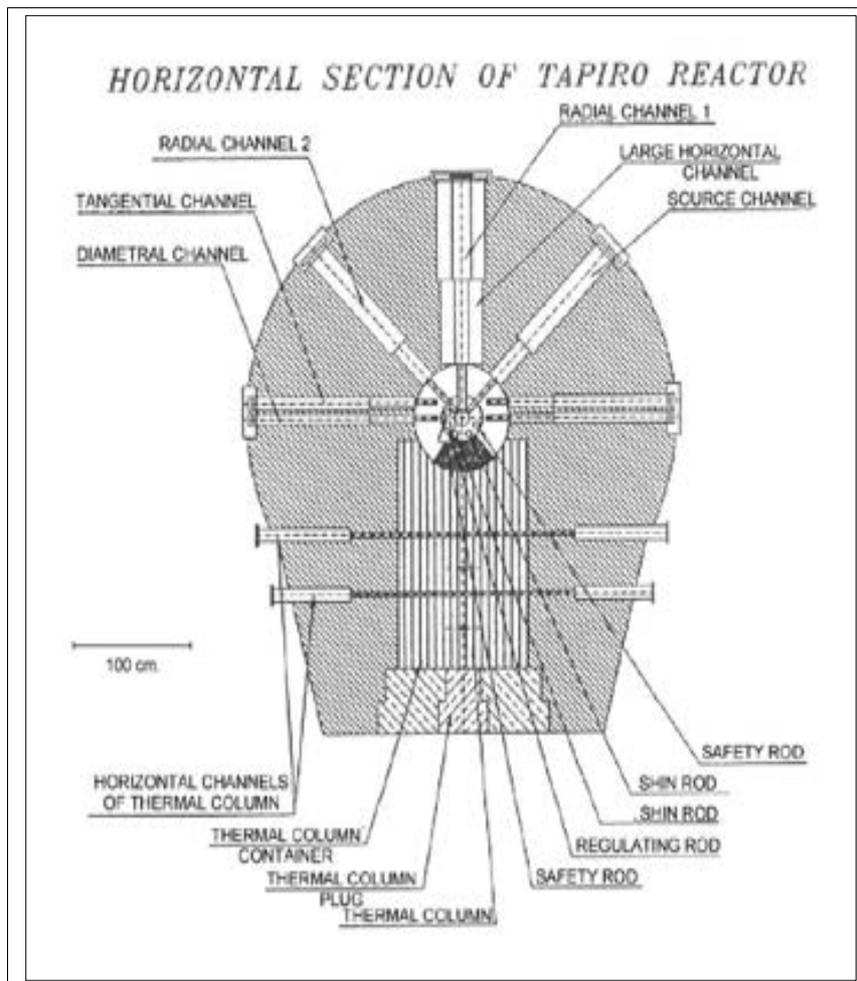


Figura 2: Sezione Orizzontale del Reattore Tapiro.

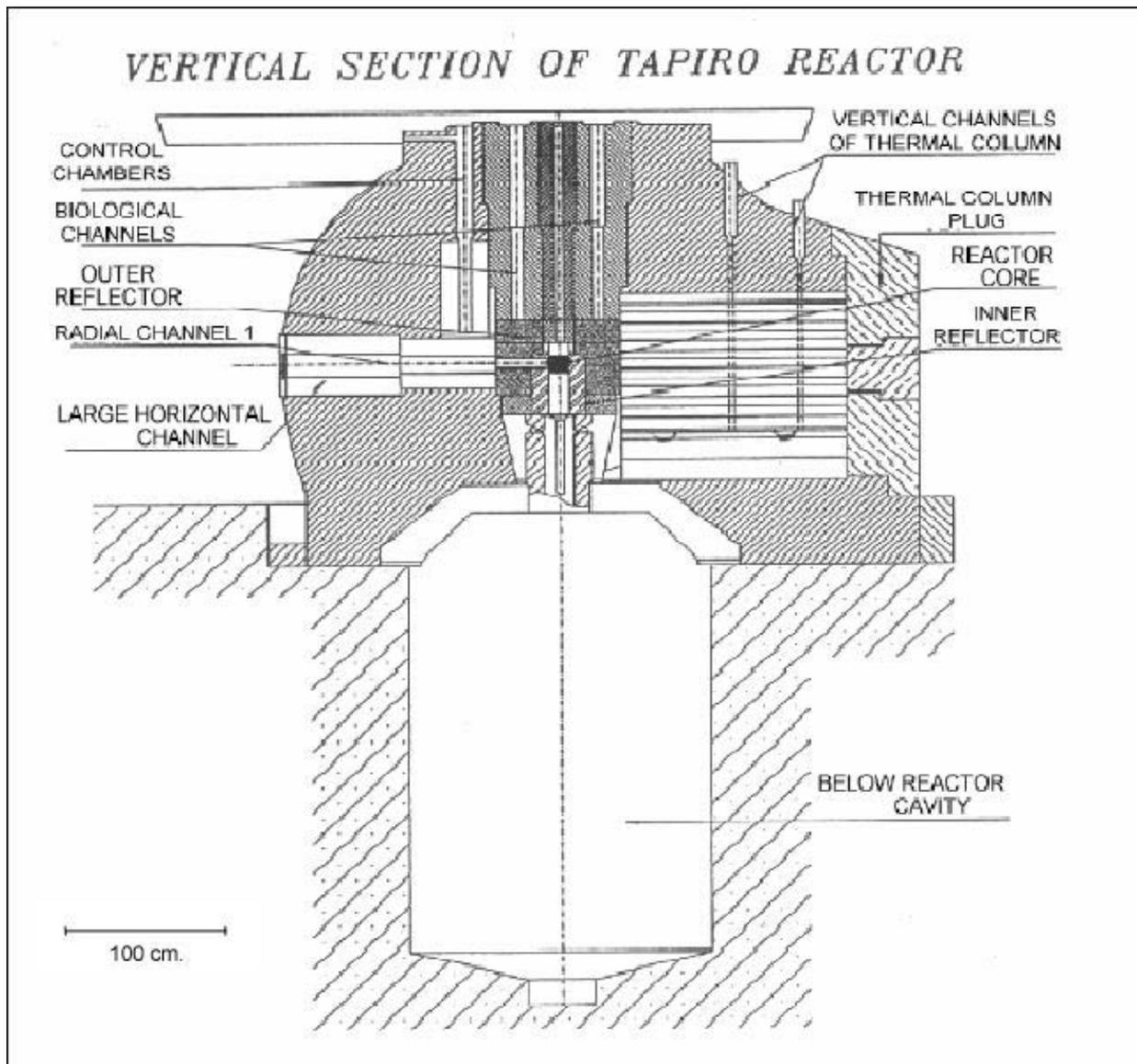


Figura 3: Sezione Verticale del reattore TAPIRO.

3. Modello Monte Carlo del Reattore Tapiro

3.1 Costruzione Geometria, Definizione Materiali, Analisi di criticità.

Sulla base dei documenti di impianto [12] e dell'analisi di precedenti modelli del TAPIRO [13] si è ritenuto opportuno, in accordo con i Ricercatori della Facoltà di Ingegneria dell'Università “La Sapienza” di Roma implementare un modello semplificato maggiormente finalizzato agli scopi di questa attività. Nella figura 4 gli elementi geometrici salienti per il calcolo di trasporto (riflettore, canali, barre di controllo, schermo biologico e vano colonna termica) sono riportati in scala mantenendo le proporzioni originali. Al fine di verificare la correttezza della rappresentazione geometrica del modello sono stati impiegate le routine grafiche di MCNPX e le tecniche di “ray-tracing”. I materiali sono stati definiti impiegando composizioni e densità precedentemente usate [12-13].

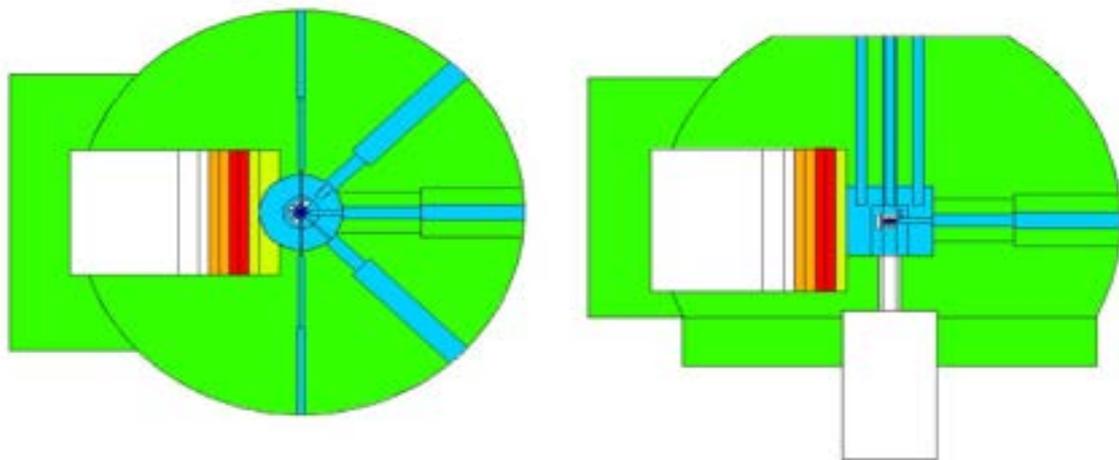


Figura 4: Sezioni in pianta e in laterale del modello di TAPIRO ottenute dal plotter di MCNPX 2.5.0.

In una serie di simulazioni preliminari [14] è stata verificata la capacità del modello assunto per il TAPIRO di riprodurre condizioni di criticità compatibili con quelle del sistema reale. In Tabella 1 vengono riportati i calcoli relativi ai valori delle barre e di K_{eff} .

Tabella 1. Stima del “rod worth” sul modello di TAPIRO a nocciolo freddo e pulito.

Posizione barre	K_{eff}	Incertezza	$(K_{eff}-1)$ [pcm]
Barre tutte estratte	0.98757	± 0.00019	-1243.0
Barre di sicurezza completamente inserite	0.99880	± 0.00020	-120
Barre di sicurezza e di controllo completamente inserite	1.00919	± 0.00022	+919

3.2 Modello ridotto per calcoli nel vano colonna termica

Nei calcoli preliminari di simulazione, avendo assunto un modello completo del sistema reattore/colonna termica, si è potuto osservare come una rilevante frazione del tempo di calcolo viene consumata per seguire neutroni che non contribuiscono in alcun modo alle stime dei valori delle misure cercati. Conseguentemente è stata messa a punto una strategia di riduzione dei tempi di calcolo attraverso la definizione di un “modello equivalente”. Si è definito un modello geometricamente ridotto (vedi fig. 5) con una sorgente neutronica equivalente a quella indotta dal trasporto dei neutroni attraverso il nocciolo di TAPIRO fino alla colonna termica. Nei calcoli presentati in [14] viene anche proposto un metodo per riscaldare la forza di sorgente neutronica del nocciolo a quella trasportato all'imbocco della colonna termica.

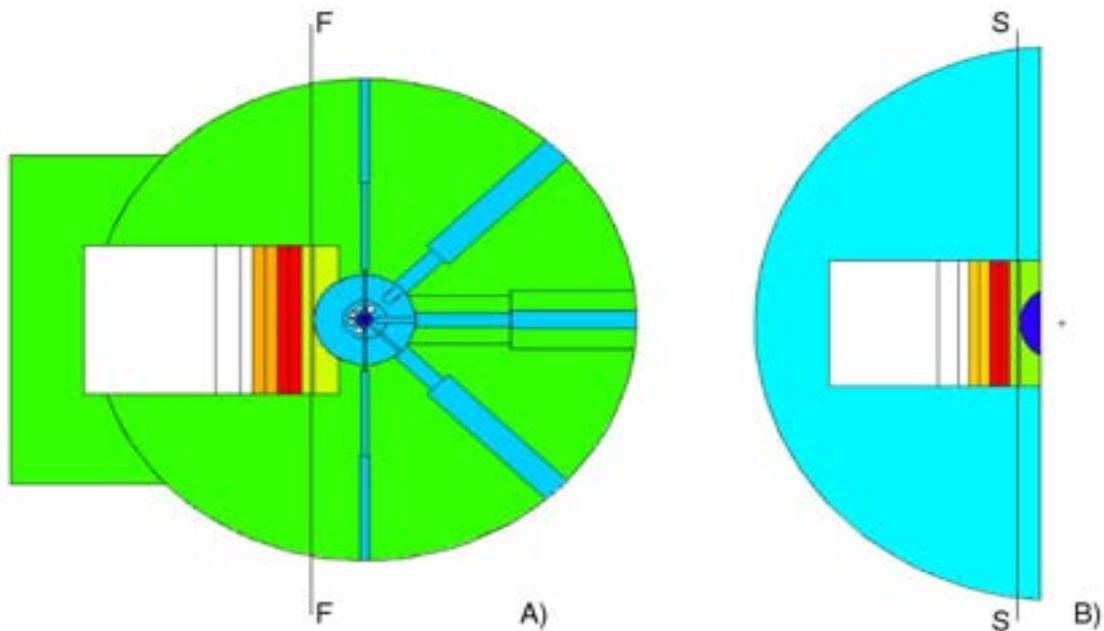


Figura 5. A) Una simulazione eseguita sul modello completo permette di stimare le correnti neutroniche sulla superficie FF; B) Ricostruzione della sorgente neutronica equivalente SS nel problema ridotto. L'implementazione della stima delle traverse di flusso nel problema equivalente permette di ottenere gli stessi risultati risparmiando tempo di calcolo.

4. Dimensionamento dei Componenti Neutronici per le misure

4.1 Criteri per la transizione verso lo spettro HTGR

In Tabella 2 vengono riportati i valori dei flussi termico, epidermico e veloce di TAPIRO calcolati mediante simulazioni Monte Carlo [14].

Tabella 2: Rappresentazione a 3 gruppi energetici dello spettro neutronico di TAPIRO all'imbocco della Colonna Termica.

Gruppo 1 (E_{up} 0.5 eV) [% flusso totale]	Gruppo 2 (E_{up} 10 KeV) [% flusso totale]	Gruppo 3 (E_{up} 10 MeV) [% flusso totale]	Gruppo2/Gruppo1 [Epi/Ther]
1.16	63.34	35.5	54.6

Nelle Tabelle 3 e 4 vengono riportati i valori caratteristici di due sistemi HTGR: uno caratterizzato da uno spettro termico, l'altro da uno spettro epidermico. Se ne deduce l'enorme differenza degli spettri nei due sistemi. Si pone quindi il problema di imporre due diversi gradi di moderazione allo spettro di TAPIRO (Tabella 2) per poter fare delle prove di trasporto rappresentative dei due casi HTGR.

Tabella 3: Rappresentazione a 3 gruppi energetici dello spettro neutronico di un HTGR Termico.

Gruppo 1 (E_{up} 0.5 eV) [% flusso totale]	Gruppo 2 (E_{up} 10 KeV) [% flusso totale]	Gruppo 3 (E_{up} 10 MeV) [% flusso totale]	Gruppo2/Gruppo1 [Epi/Ther]
64.2	31.2	4.6	0.49

Tabella 4: Rappresentazione a 3 gruppi energetici dello spettro neutronico di un Spettro HTGR Epitermico

Gruppo 1 (E_{up} 0.5 eV) [% flusso totale]	Gruppo 2 (E_{up} 10 KeV) [% flusso totale]	Gruppo 3 (E_{up} 10 MeV) [% flusso totale]	Gruppo2/Gruppo1 [Epi/Ther]
5.41	53.41	41.18	9.87

Con una serie di simulazioni Monte Carlo è stato stimato l'andamento dello spettro neutronico a varie profondità in slab di grafite di spessore totale imposto situate all'imbocco della colonna termica. Come riportato in Tabella 5 lo spettro neutronico compatibile con un HTGR termico si ottiene con una slab di grafite alla profondità di 20 cm in una slab di grafite di 50 cm di spessore totale.

Tabella 5 : Componenti Energetiche Flusso neutronico in 50 cm di grafite a partire dall'imbocco della colonna termica

Spessore (cm)	% gruppo Eup 0.5 eV	% gruppo Eup 10 KeV	% gruppo Eup 10 MeV	Epi/Ther	Totale (n/cm2/s.p)	Decremento %
0	19.82	53.83	26.35	2.72	1.57E-03	100.00
10	45.08	44.78	10.14	0.99	1.29E-03	82.35
20 *	67.71	29.17	3.13	0.43	8.72E-04	55.54
30	82.45	16.56	0.98	0.20	5.41E-04	34.46
40	90.09	9.53	0.38	0.11	2.74E-04	17.46

Invece, lo spessore necessario a realizzare un spettro neutronico compatibile con HTGR epitermico si ottiene a 2 cm di profondità in una slab di Grafite di 12.5 cm di spessore totale (Tabella 6).

Tabella 6 : Componenti Energetiche Flusso neutronico in 12.5 cm di grafite a partire dall'imbocco della colonna termica

spessore (cm)	gruppo Eup 0.5 eV	gruppo Eup 10 KeV	gruppo Eup 10 MeV	Epi/Ther	Totale (n/cm2/s.p)	Decremento
0	5.34	60.72	33.95	11.37	1.20E-03	100.00
1	5.37	57.99	36.65	10.80	1.34E-03	111.48
2	6.14	59.80	34.06	9.74	1.24E-03	102.95
3	6.81	61.35	31.84	9.00	1.14E-03	94.65
4	7.54	62.58	29.88	8.29	1.04E-03	86.68
5	8.20	63.60	28.19	7.75	9.48E-04	78.72
6	8.78	64.49	26.72	7.34	8.49E-04	70.55
7	9.27	65.26	25.47	7.04	7.53E-04	62.50
8	9.68	65.88	24.44	6.80	6.56E-04	54.51
9	10.02	66.40	23.58	6.63	5.58E-04	46.37
10	10.23	66.75	23.02	6.52	4.61E-04	38.26

Va sottolineato che i risultati sono stati ottenuti attraverso un processo di ottimizzazione che tiene conto anche della progressiva diminuzione di intensità del flusso neutronico al crescere della distanza dall'imboccatura della colonna. Inoltre nei calcoli si è assunto un valore di 1.7 g/cm³ per la densità della grafite nuclear grade. Tale valore è stato impiegato perché è quello medio dichiarato per i bulk di grafite prodotti dalla POCO Graphite, industria leader del

settore. L'esperienza insegna però che la grafite nuclear grade può avere scostamenti significativi da questo valore di densità in funzione della sua origine e dei processi di purificazione a cui è stata sottoposta. In fase di costruzione della facility saranno previste delle semplice misure di controllo e calibrazione che permetteranno di ottenere l'effetto spettrale richiesto.

4.2 Dimensionamento delle scatole di Grafite (HTGR Termico) e stima dello spettro alle interfaccia U/Grafite, Fe/Grafite, Vuoto/Grafite.

Come evidenziato nel paragrafo precedente, una distribuzione energetica dei neutroni che sia compatibile con il flusso HTGR termico si ottiene, grazie alla moderazione di un blocco di grafite di 50 cm di spessore, ad una distanza di 20 cm dall'imbocco del vano colonna termica di TAPIRO. Nella realizzazione pratica le dimensioni del buffer saranno limitate alla zona di massimo flusso intorno all'asse dell'imboccatura della colonna (vedi fig. 6).

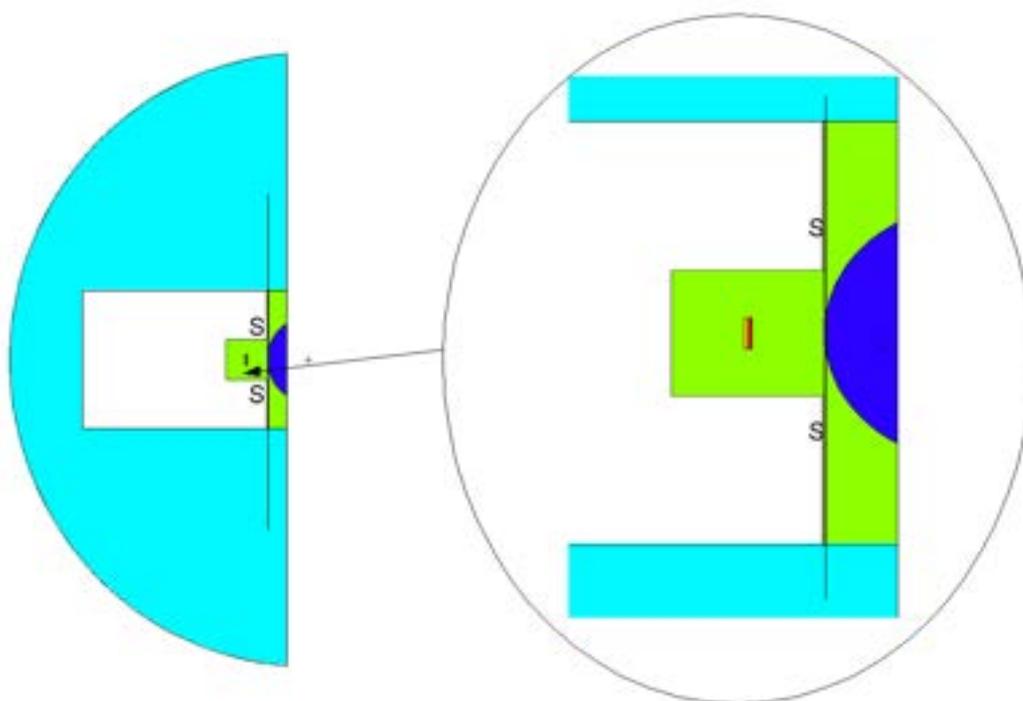


Figura 6. Ingegnerizzazione del sistema ridotto. Il sistema di slab contigue che prima occupava tutta la superficie laterale del vano colonna (Fig. 4) viene ridotto ad una scatola di grafite (materiale in verde figura ingrandita a destra) che avvolge totalmente due slab di ferro e uranio naturale (materiali rosso e giallo).

Le sezioni di prova di Uranio e Ferro saranno inserite all'interno della scatola di grafite. Al fine di valutare i soli contributi di flusso provenienti dalla porzione di sorgente allineata

con la scatola di grafite quest'ultima sarà circondata da elementi di paraffina borata. Il modello Monte Carlo del manufatto è basato su una scatola di grafite di $32 \times 40 \times 40 \text{ cm}^3$ nel cui interno vi è una cavità di $2 \times 20 \times 20 \text{ cm}^3$ che può ospitare le sezioni di prova di Uranio e Ferro. La scatola di grafite è posta al centro dell'imboccatura del vano colonna termica, appoggiata al buffer di grafite che ha il compito di moderare lo spettro del TAPIRO. Su questo modello sono state eseguite delle stime di flusso con la cavità occupata da solo Uranio (G-U), solo Ferro (G-U) ed infine con la cavità vuota (G-V). La stima del flusso è stata sempre eseguita impiegando le tally F2 sulle tre superfici Grafite/Materiale, Materiale/Materiale e Materiale/Grafite.

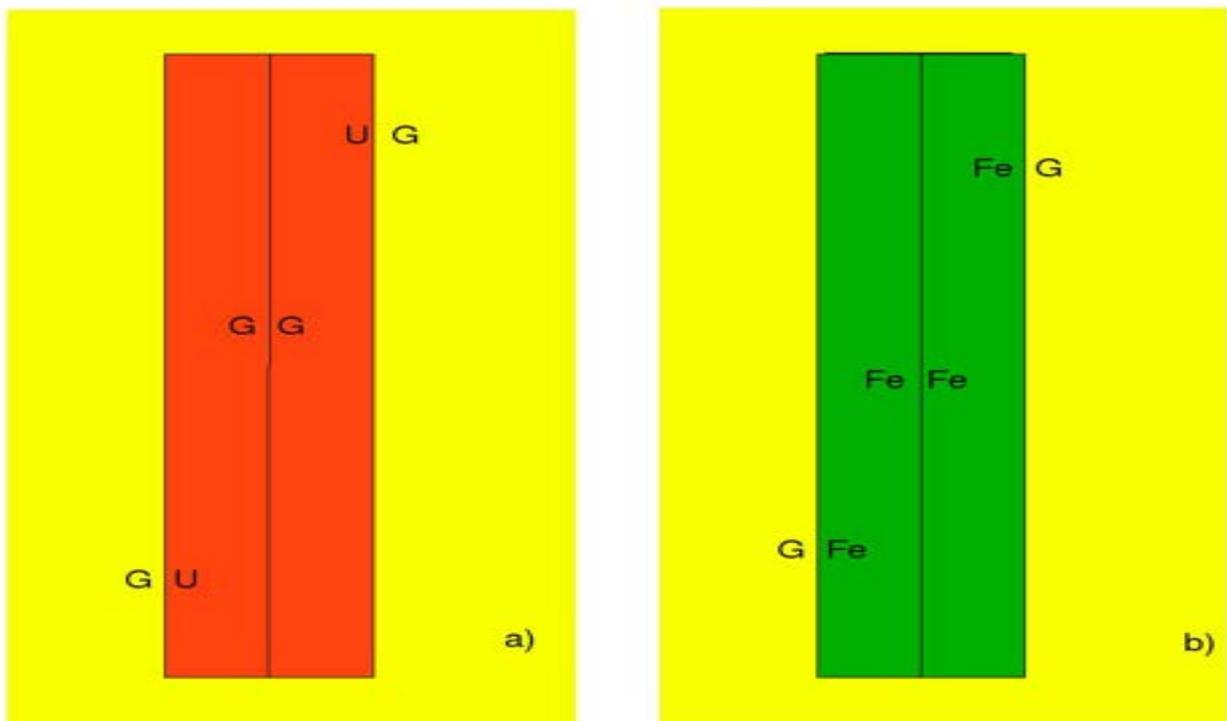


Figura 7. Ingrandimento della sezione di figura 5 che illustra la sequenza di interfacce nel caso Uranio - Grafite (a) e Ferro - Grafite (b).

Lo schema di figura 7 riporta l'insieme delle tre interfacce che si sono così realizzate nei tre problemi, mentre le figure 8-10 riportano l'andamento dello spettro energetico sulle superficie di separazione. Malgrado la grossolana suddivisione dei gruppi energetici si vede come il flusso alle interfacce in presenza di Uranio si differenzi nettamente dagli altri casi. Nella zona ad alta energia si assiste ad una crescita del flusso imputabile alle fissioni. La grande prevalenza di Uranio 238 dovrebbe portare ad una depressione di flusso in

corrispondenza della zona della prima risonanza (1-9 eV) che non viene evidenziata a questo livello di risoluzione della tally. Nel caso del Ferro invece il leggero innalzamento del flusso ad alta energia è pienamente giustificato dalle reazioni n,xn . Al fine di verificare la risoluzione minima dei gruppi energetici necessaria per evidenziare gli effetti delle risonanze sono state eseguite una serie di simulazioni in cui il flusso neutronico alla seconda interfaccia di ciascun problema è stato stimato con diversi assetti del numero di gruppi energetici. La tabella 11 riporta il confronto ad 80 gruppi per le interfacce G-V, G-U e G-Fe. Questi spettri sono stati ottenuti in un volume equivalente a quello dei fogli metallici che sono stati impiegati nelle simulazioni per la valutazione di tassi di reazioni di Au, Al, Mo e Ni (raggio 0.3 cm e 20 micrometri di spessore) con una statistica molto elevata. Nella zona tra 1 e 10 eV la simulazione riporta chiaramente la depressione di flusso in Uranio imputabile alla prima risonanza di cattura dell'Uranio-238.

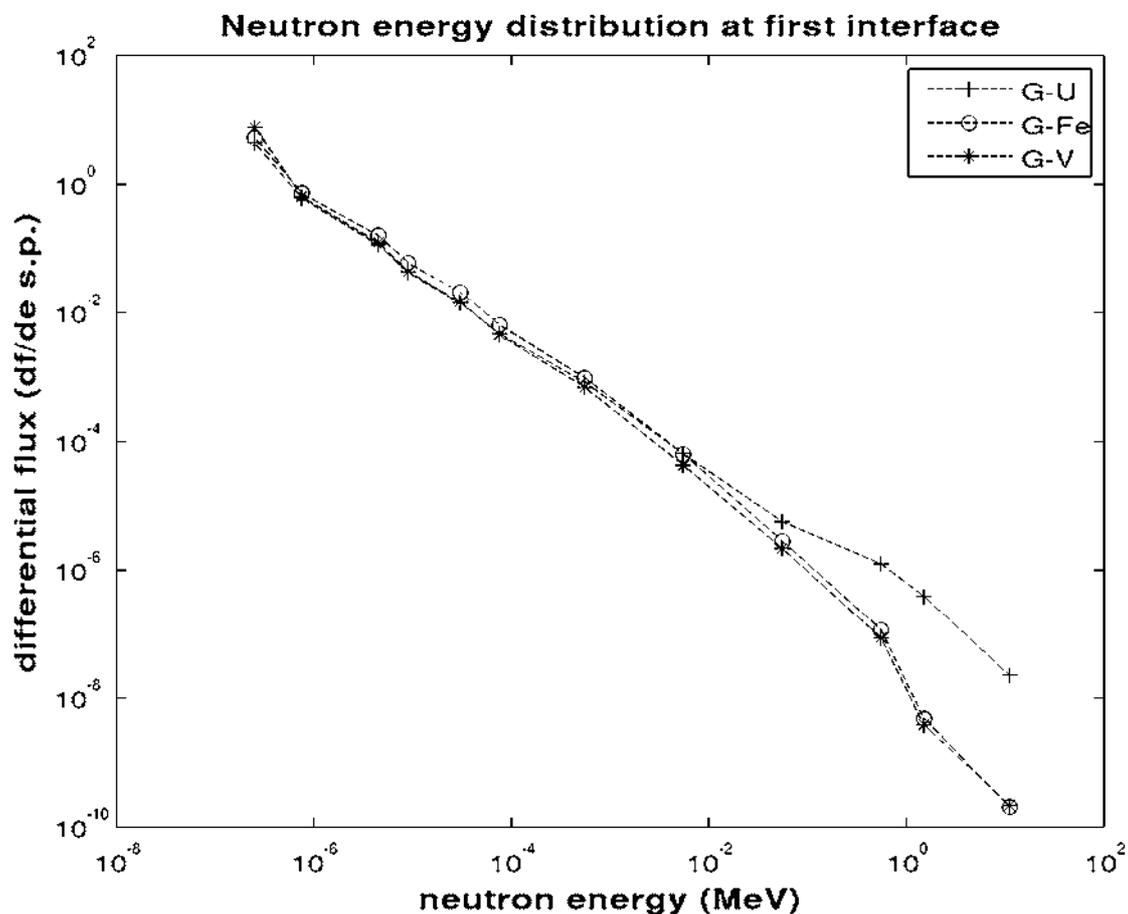


Figura 8. Confronto dell'andamento della distribuzione energetica del flusso alla prima interfaccia nei 3 casi Grafite-Uranio (G-U), Grafite-Ferro (G-Fe), Grafite-Vuoto (G-V).

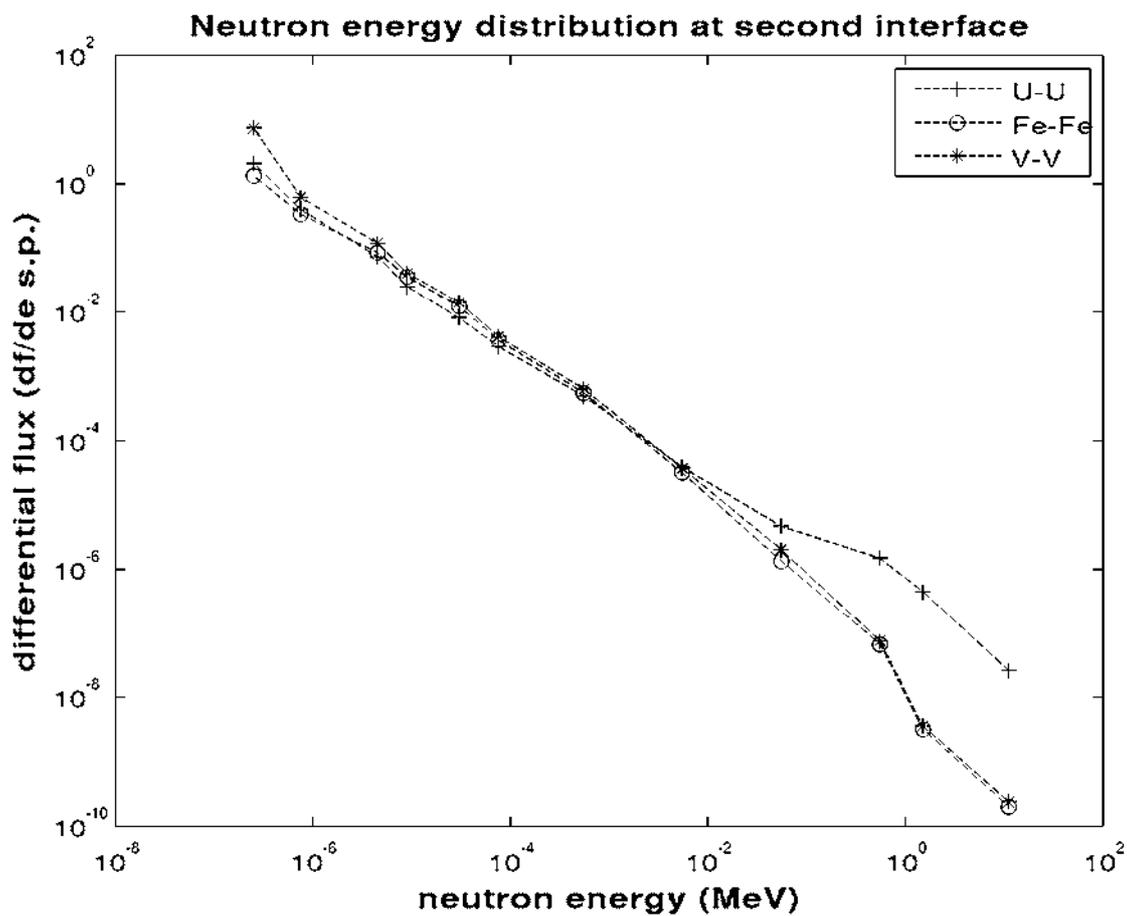


Figura 9. Confronto dell'andamento della distribuzione energetica del flusso alla seconda interfaccia nei 3 casi Grafite-Uranio (U-U), Grafite-Ferro (Fe-Fe), Grafite-Vuoto (V-V).

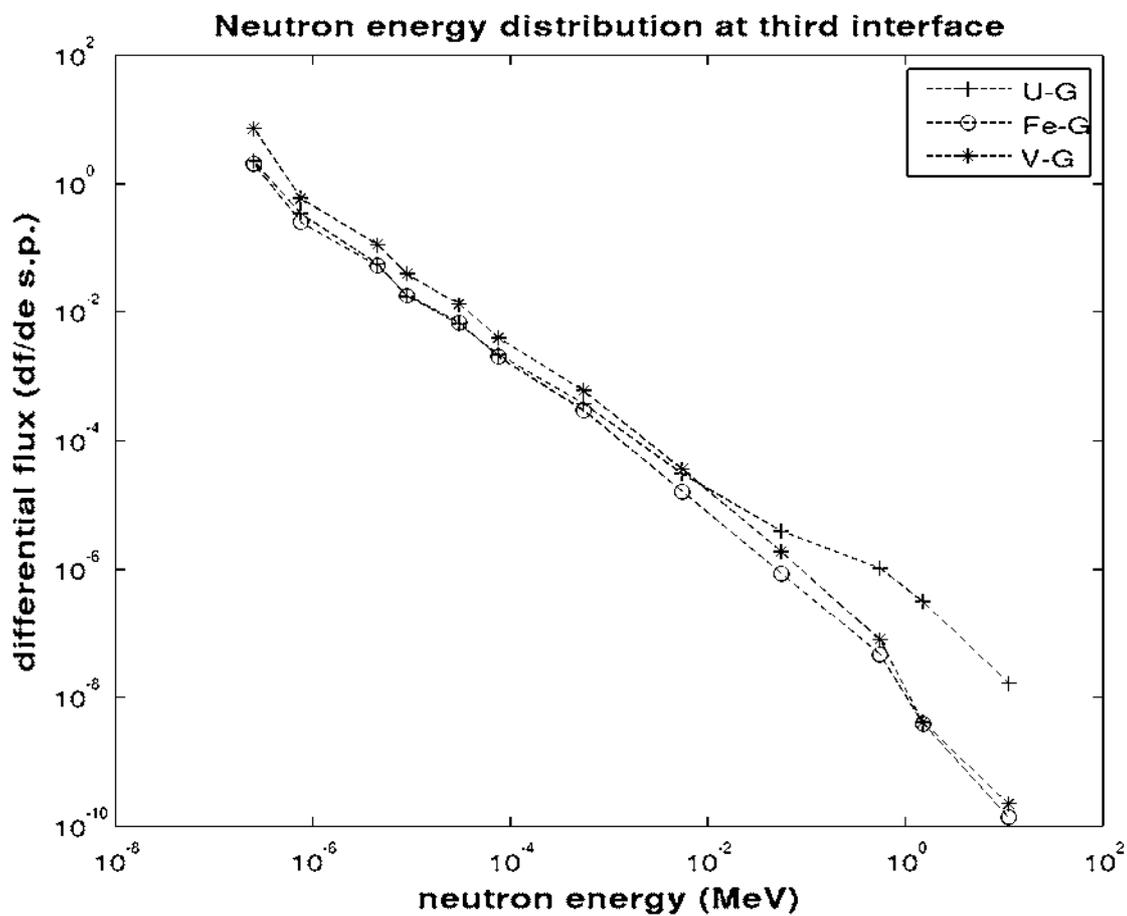


Figura 10. Confronto dell'andamento della distribuzione energetica del flusso alla terza interfaccia interfaccia nei 3 casi Grafite-Uranio (U-G), Grafite-Ferro (Fe-G), Grafite-Vuoto (V-G).

4.3 Stime di attivazione di foglioline metalliche

Al fine di avere elementi utili per verificare le possibilità di misura del flusso sulle interfacce di interesse sono stati valutati i tassi di reazione ottenibili per irraggiamento di fogli metallici nelle posizioni di seconda interfaccia dei 3 sistemi esaminati. La tabella 7 riporta le caratteristiche e le dimensioni dei fogli impiegati. I metalli sono stati introdotti, al centro della superficie di interfaccia di separazione dei mezzi, sotto forma di dischi sottili di 0.3 cm di raggio e 20 micrometri di spessore in modo da rendere minima la distorsione di flusso. La tabella 8 riporta i tassi di reazione ottenuti nelle simulazioni.

Tabella 7. Reazioni impiegate nelle simulazioni

Reazione	Soglia Energetica	Emivita	Densità (g/cm³)	Peso Atomico (U.M.A.)
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	0.025 eV	2.696 d	19.3	196.9665
$^{109}\text{Ag}(n,g)^{110m}\text{Ag}$	0.025 eV	249.75 d	10.53	107.8682
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	480 eV	2.7475 d	10.22	95.94
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.8MeV	70.9160 d	8.908	58.6934
$^{27}\text{Al}(n,a)^{24}\text{Na}$	7.2 MeV	14.659 h	2.708	26.9815
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	13.5 MeV	1.48 d	8.908	58.6934

Tabella 8. Stima delle reazioni alle seconde interfacce dei tre problemi.

Interfacce		G-U		G-Fe		G-V	
Reazione	Soglia Energetica	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	0.025 eV	3.44E-06	0.17	6.02E-05	0.13	8.32E-05	0.11
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	480 eV	5.96E-08	0.06	1.15E-07	0.06	9.72E-08	0.04
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.8 MeV	2.16E-09	0.19	4.10E-10	0.47	7.91E-10	0.40
$^{27}\text{Al}(n,a)^{24}\text{Na}$	7.2 MeV	5.68E-11	0.69	1.78E-11	0.98	5.76E-11	0.70
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	13.5 MeV	3.50E-11	1.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	0.00

I livelli di attivazione raggiungibili alla potenza di 5 kW per 6 h di irraggiamento sono riportati nella tabella seguente (flusso all'imbocco del vano colonna termica 4.04×10^9 n/cm²/s).

Tabella 9 : Attivazione dei Foils dopo 6 h di irraggiamento a 5kW di potenza.

Interfacce		G-U	G-Fe	G-V
Reazione	Soglia Energetica	Attività a EOI [Bq g-1]	Attività a EOI [Bq g-1]	Attività a EOI [Bq g-1]
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	0.025 eV	8.8759e+05	1.5533e+07	2.1467e+07
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	480 eV	2.8513e+04	5.5017e+04	4.6501e+04
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.8 MeV	4.7338e+01	8.9855e+00	1.7335e+01
$^{27}\text{Al}(n,a)^{24}\text{Na}$	7.2 MeV	4.1445e+02	1.2988e+02	4.2028e+02
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	13.5 MeV	3.4727e+01	0.0000e+00	0.00E+00

4.4 Unfolding dello spettro neutronico al centro delle sezioni di prova di Fe e U mediante i dati simulati di attivazione.

Le figure 11-13 invece riportano il confronto tra lo spettro stimato all'interfaccia U-U, Fe-Fe e V-V e quelli ricostruiti mediante tecniche di unfolding sulla base dei tassi di reazione indicati nella Tabella 8. La procedura di unfolding è stata eseguita impiegando le tecniche illustrate in [14].

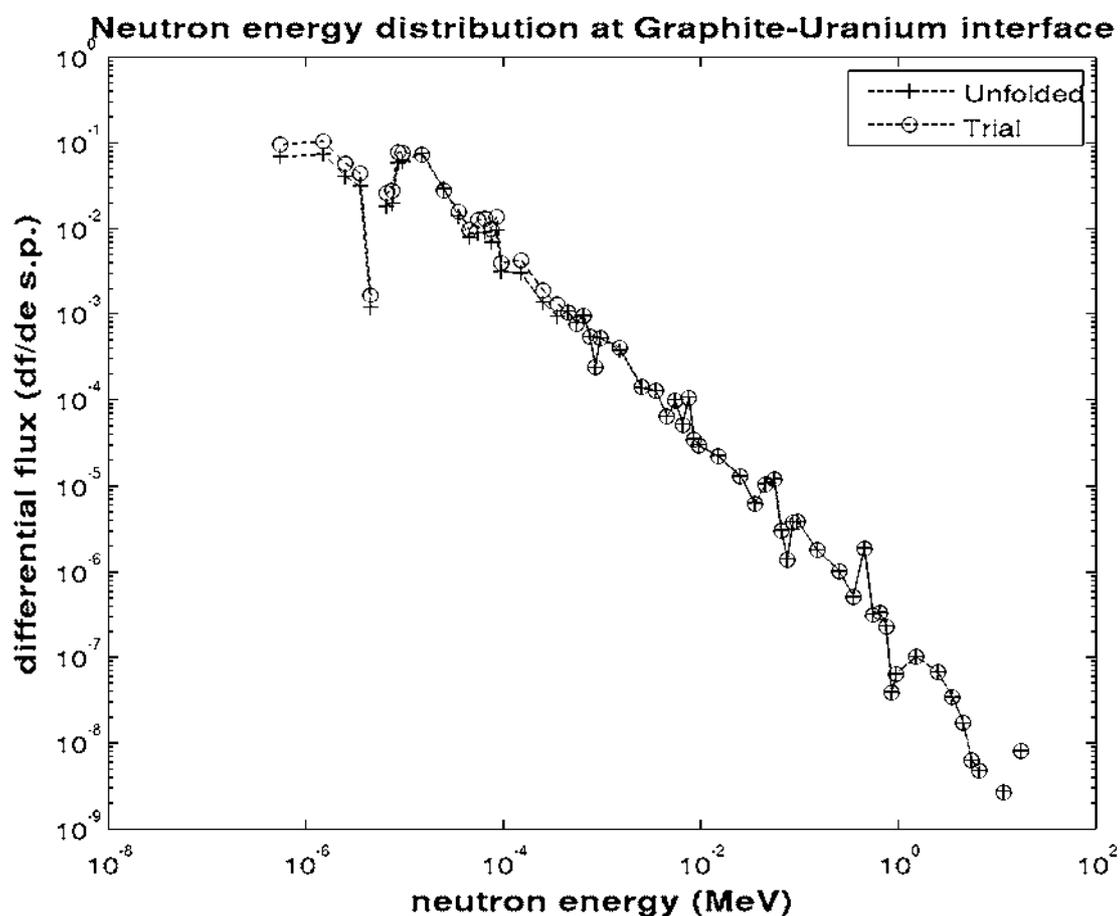


Figura 11. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-U.

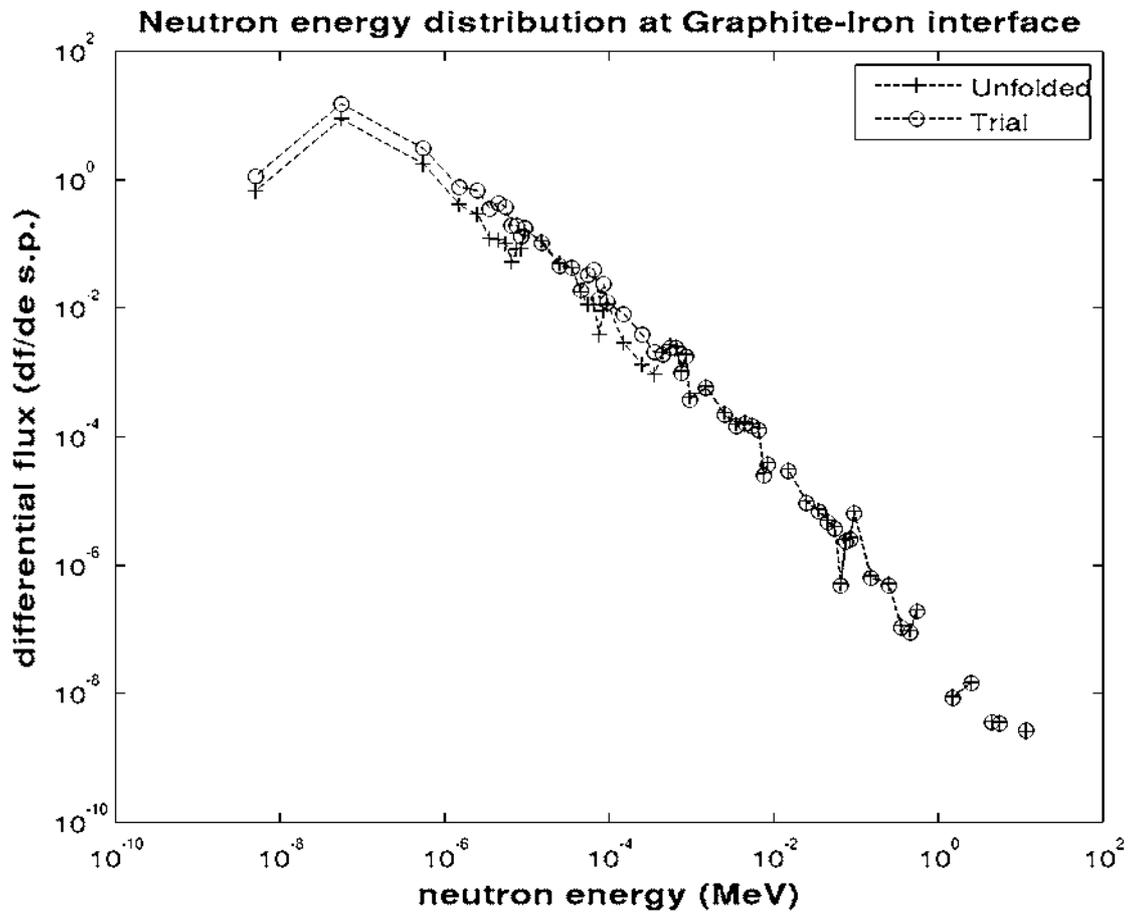


Figura 12. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-Fe.

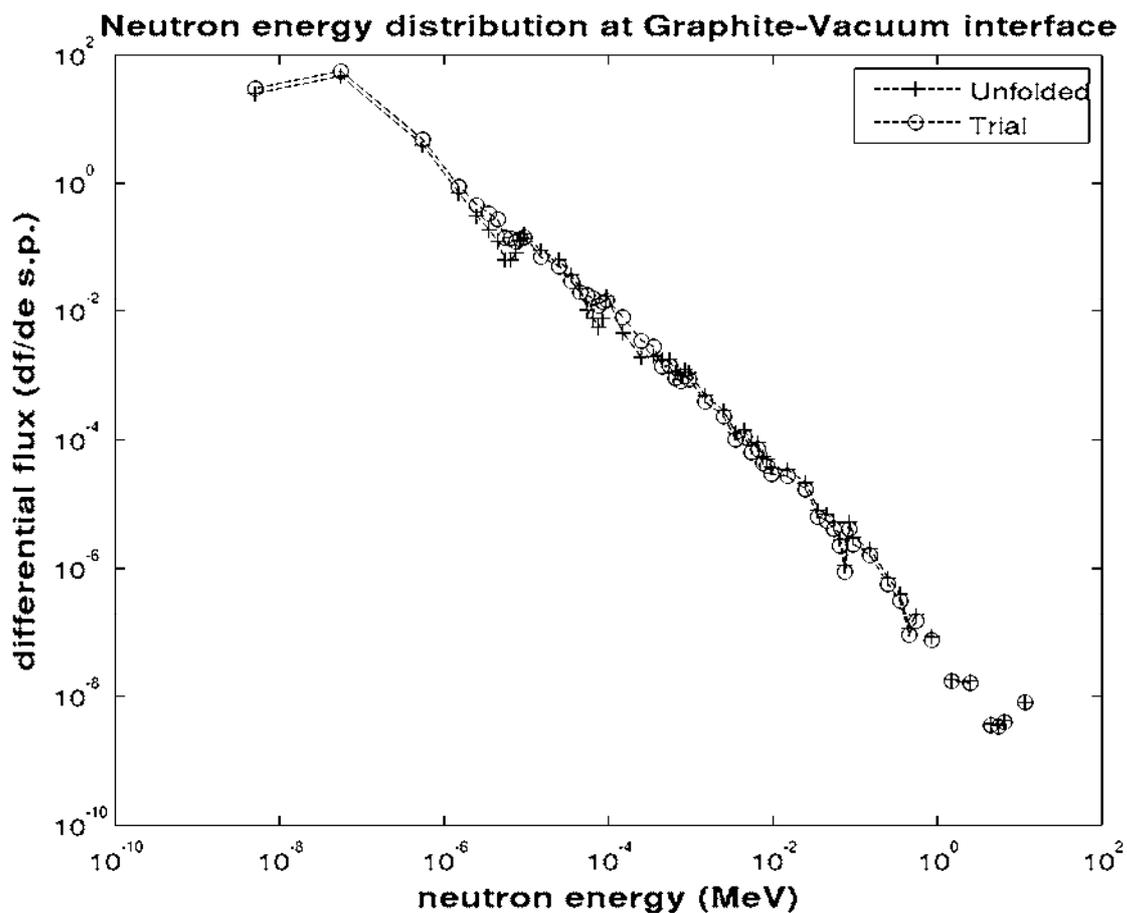


Figura 13. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-V.

Tutti gli spettri di unfolding, ottenuti entro l' 0.1% di errore cumulativo, risultano essere in ottimo accordo con gli spettri ottenuti dagli estimatori MCNPX durante le simulazioni.

5. Progettazione del sistema di irraggiamento

Dai calcoli effettuati per ottenere uno spettro rappresentativo del sistema HTGR termico (Tabella 3) risulta che la scatola di grafite deve avere le dimensioni 32X40X40 cm³ con le sezioni di prova di U e Fe posizionate a distanza di 20 cm dalla faccia adiacente all'imbocco del vano colonna termica. Occorre invece un scatola di grafite di 12.5x40x40 cm³ con la sezione di prova posta a 2 cm dalla faccia adiacente all'imbocco del vano colonna termica per realizzare delle condizioni spettrali compatibili con quelle di un HTGR epitermico (Tabella 4). . La figura 14 riporta uno schematizzazione relativa ad un assemblato di 6 blocchi di grafite che, opportunamente assemblati, costituiscono la scatola che avvolge le sezioni di prova di U e Fe.

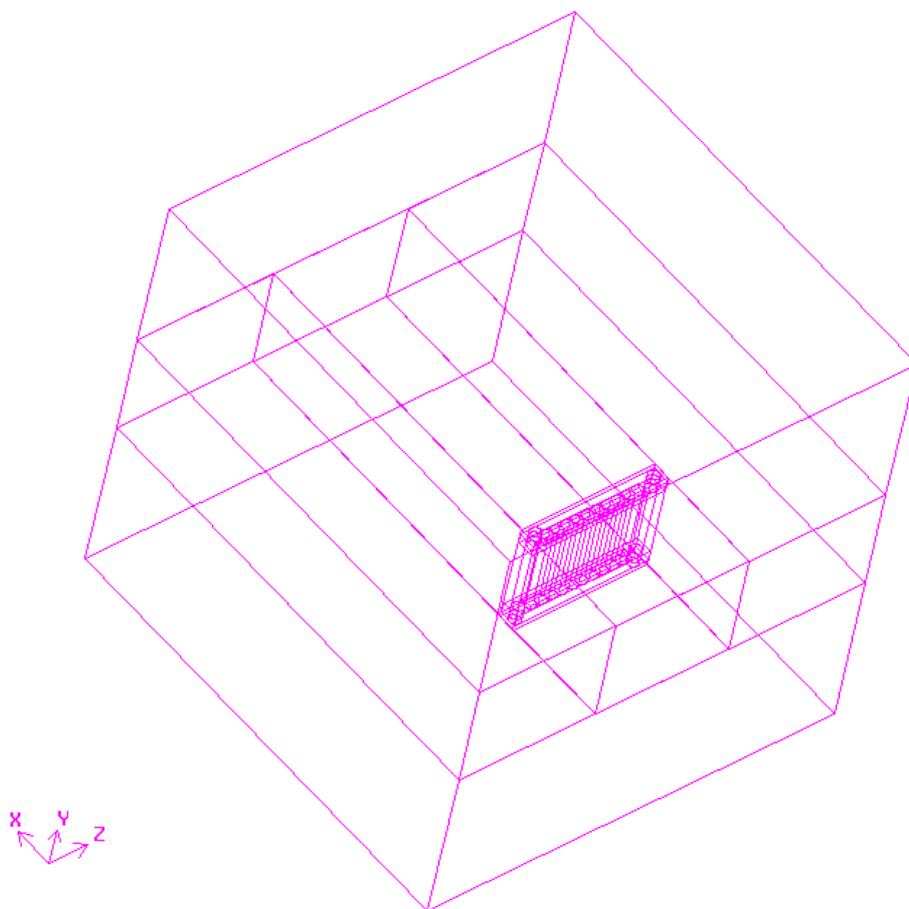


Figura 14. Schema del taglio dei 6 blocchi di grafite che contengono la sezione di prova.

Di seguito, in figura 15, viene riportato la sequenza di tagli dei 6 blocchi che avvolgono le sezioni di prova compatibili con le due opzioni spettrali.

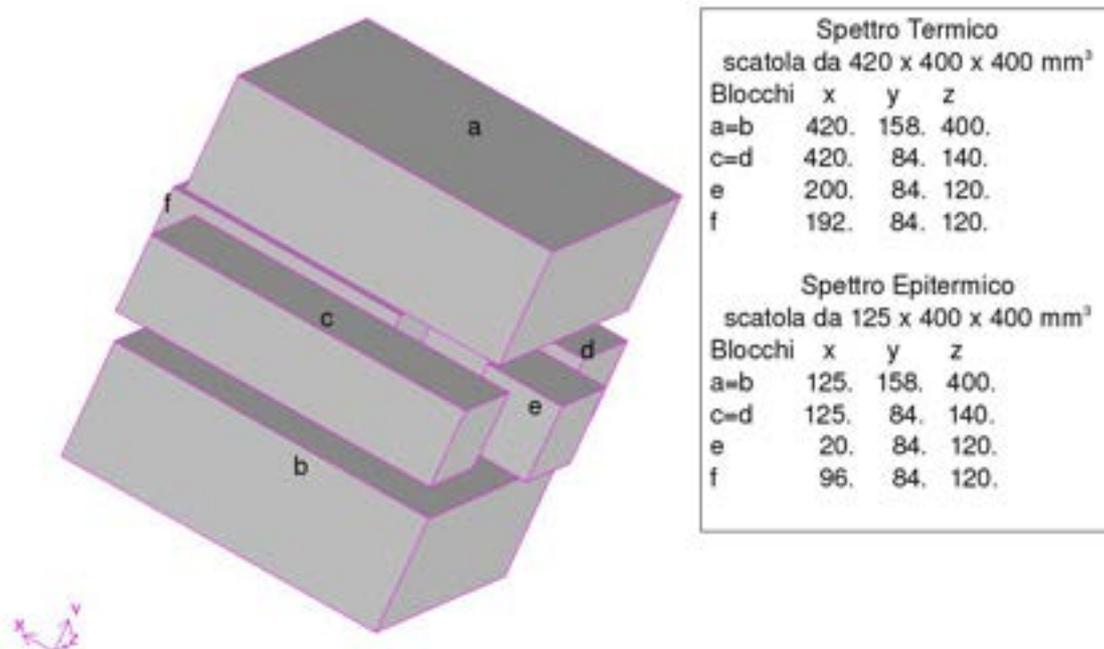


Figura 15. Misura dei 6 blocchi di grafite compatibili con gli assemblaggi da spettro neutronico “Termico” ed “Epitermico”.

Il dimensionamento delle sezioni di prova in Uranio naturale e Ferro è stato concepito per utilizzare delle barrette cilindriche di Uranio naturale (diametro 1 cm, altezza 8 cm). E' relativamente facile preparare dei cilindri in acciaio o ferro delle stesse dimensioni. La figura 15 riporta la visione di insieme dell'assemblaggio della sezione di prova. Praticamente, 10 cilindri di U o Fe vengono bloccati da un sistema di morsetti per costituire la sezione di prova riportata. Nelle figure 16-18 vengono riportate le dimensioni dell'intero sistema.

Manufatto 1: Esplicativo Montaggio

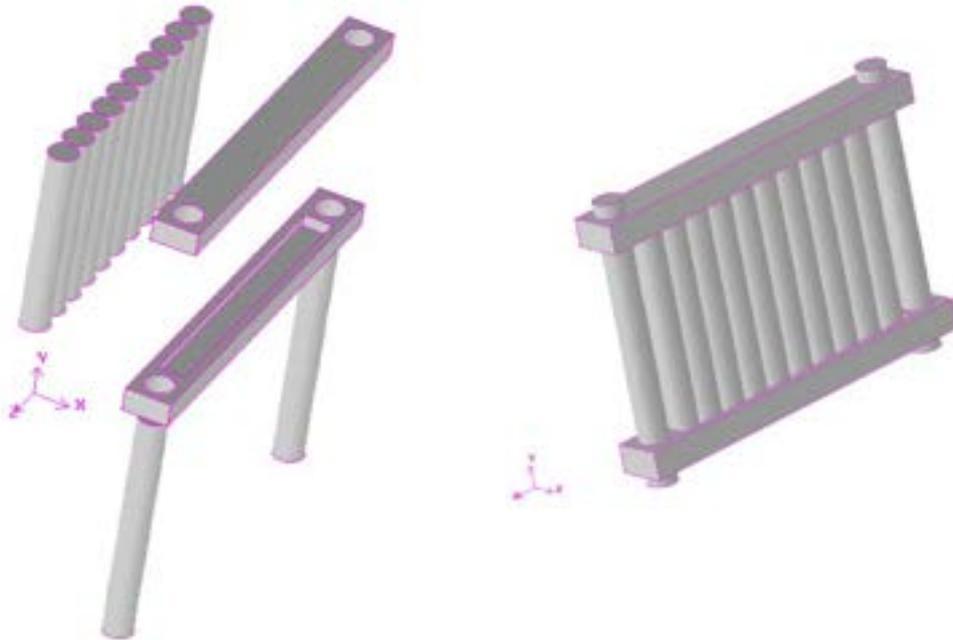


Figura 15. Visione di insieme della sezione di prova assemblata e delle sue parti.

Manufatto 1: Pianta Piastra Uranio naturale

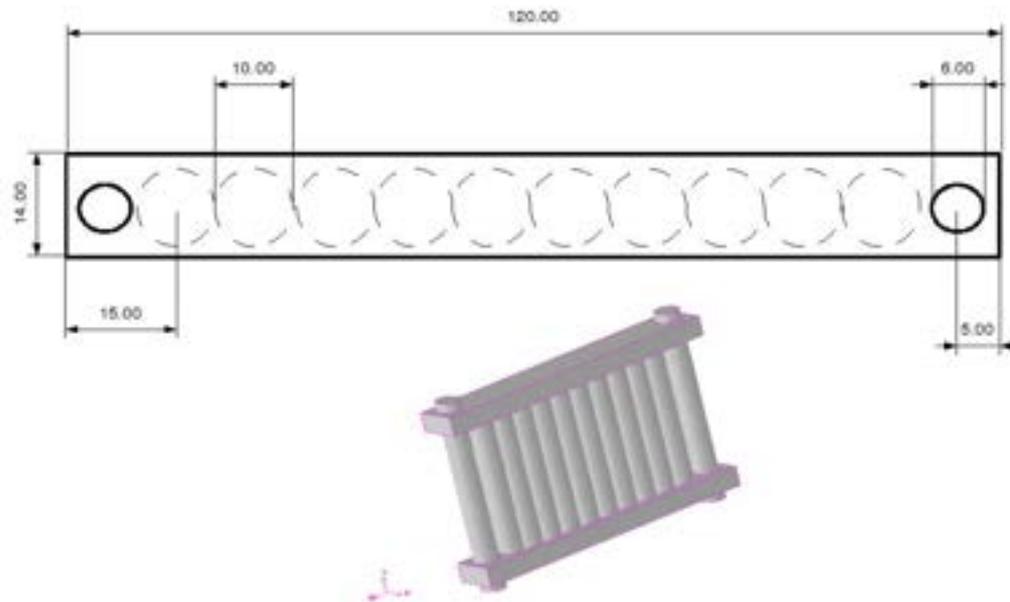


Figura 16. Pianta della parte superiore del morsetto.

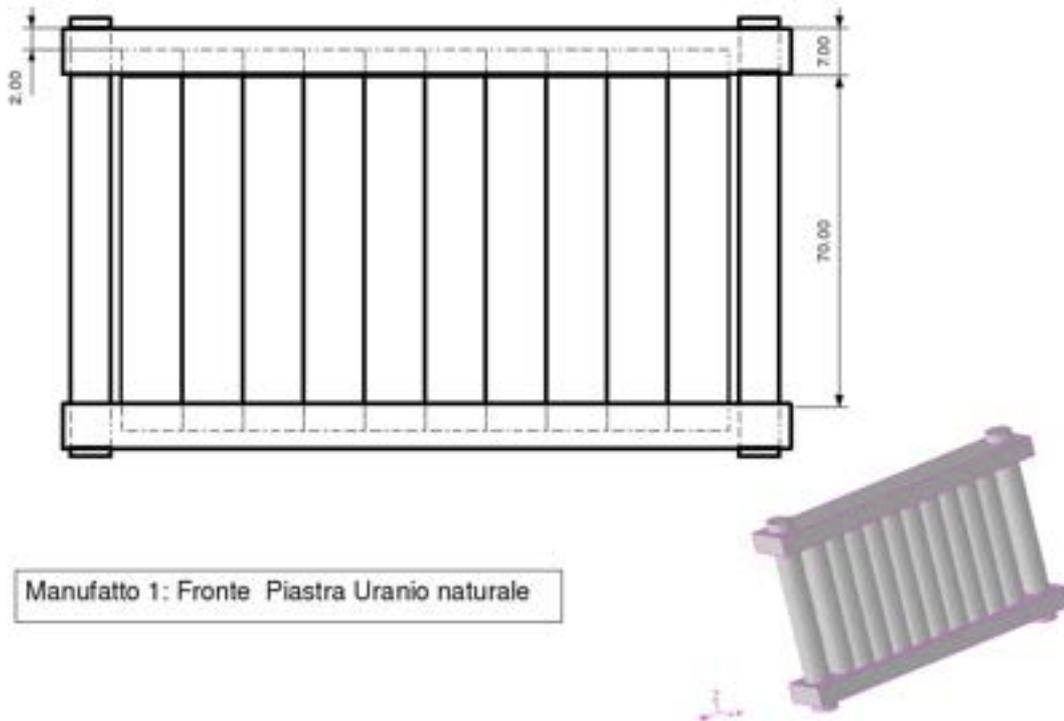


Figura 17. Visione Frontale della piastra.

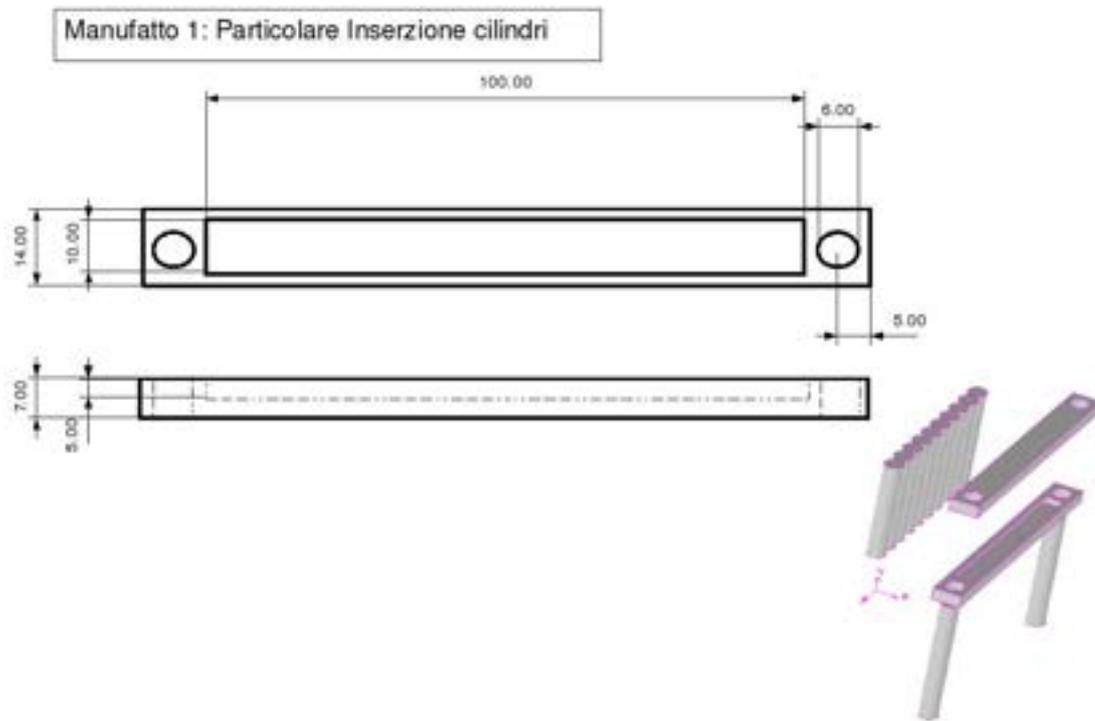


Figura 18. Pianta inferiore del sistema di blocco dei cilindri.

Infine le piastre porta-campioni (Figura 19) in cui vanno alloggiati i fogli metallici da attivare sono delle lamina di Alluminio di 0.2 mm di spessore in cui sono state ricavate 9 incavature circolari (0.6 cm di diametro) della profondità di 0.1 mm di profondità.

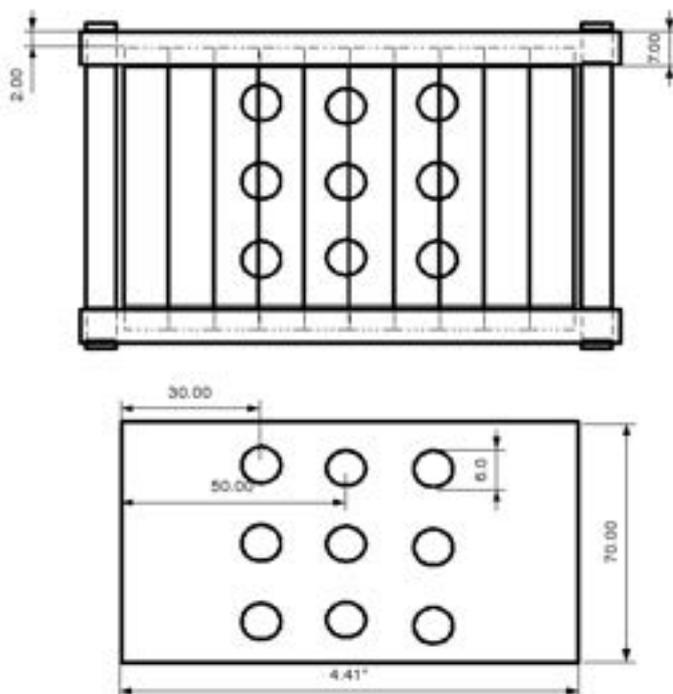


Figura 19. Porta-campioni e sua sovrapposizione alle sezioni di misura.

5. Conclusioni

Grazie alle potenzialità intrinseche dell'impianto sperimentale del reattore sorgente veloce TAPIRO è possibile riprodurre degli spettri neutronici rappresentativi di reattori HTGR. Si è voluto ottimizzare l'esperienza scegliendo dei punti del vano colonna termica in cui il flusso neutronico è elevato nelle zone di risonanza dei materiali fertili (U238). Come atteso per queste energie, i risultati riportano delle variazioni significative dello spettro all'interfaccia tra la grafite e l'uranio. Le simulazioni evidenziano inoltre la possibilità di eseguire le esperienze con livelli moderati di attività. I dati sperimentali così ottenuti potranno essere impiegati per definire dei benchmark di validazione di codici e librerie da utilizzare per il calcolo di reattori tipo HTGR. Tutti i componenti necessari alle esperienze sono stati dimensionati. Una tempistica dettagliata delle esperienze potrà essere definita solo dopo l'eventuale analisi di sicurezza e le valutazioni di rischio radiologico.

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	FPN- P9LU - 022	0	L	32	32

Bibliografia

1. S.Shiozawa et al. "Overview of HTTR design features" Nuclear Engineering and Design 233 (2004) 11-21.
2. Z. Zhang, S. Yu "Future Developments in China after the criticality of HTR-10" Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 249-257.
3. J.C. Kuijper et al. "HTGR reactor physics and fuel cycle studies" Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 615-634.
4. S.S. Penner et al. "Steps toward passively safe, proliferation-resistant nuclear power" Progress in Energy and Combustion Science 34 (2008) 275-287.
5. E. Mulder, E. Teuchert "Characteristics of different fuel cycle in a PBMR-400 for burning reactor grade plutonium" Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2893-2897.
6. A. Talamo "A novel concept of QUADRISO particles – Part III: Applications to the Plutonium-Thorium fuel cycle" Progress in Nuclear Energy.
7. Denise B. Pelowitz, editor MCNPX USER'S MANUAL Version 2.5.0 April 2005 LACP050369.
8. R. Plukiene, D. Ridikas "Modelling of HTRs with Monte Carlo: from a homogeneous to an exact heterogeneous core with microparticles" Annals of Nuclear Energy 30 (2003) 1573-1585.
9. G. A. F. Seber and C. J. Wild, Nonlinear Regression, Wiley - Interscience.
10. M. Matzke, Unfolding Procedures, Radiation Protection Dosimetry Vol. 107, Nos 1-3, pp. 155-175 (2003).
11. RSICC Computer code collection SAND- II, CCC-12.
12. "RSV TAPIRO – CR Casaccia Presupposti Tecnici per il piano di emergenza esterno.", TLE Tapiro 99/A.
13. E. Nava "Sviluppo di un modello più dettagliato del nocciolo del reattore TAPIRO e successiva rivalutazione della sorgente neutronica" Rapporto Tecnico FIS-P129-004
14. M. Frullini, A. Gandini "Simulazioni Monte Carlo di misure spettrali nelle interfacce grafite/uranio e grafite/ferro nella colonna termica del reattore sorgente veloce TAPIRO" UNIV. di Roma "LA SAPIENZA", FACOLTA' DI INGEGNERIA, Dip. di Ingegneria Elettrica.